

Bases Metodológicas para Cálculo de Blindagens em Medicina Nuclear

Methodological Bases for Shielding Calculation in Nuclear Medicine

Paula Duarte Correia¹, Walter Siqueira Paes², Ana Paula Perini^{1,3}, Lucio Pereira Neves^{1,3}

¹Programa de Pós-Graduação em Engenharia Biomédica, Universidade Federal de Uberlândia, Uberlândia, Brasil

²Divisão de Saúde Ocupacional, Universidade de São Paulo, Piracicaba, Brasil

³Instituto de Física, Universidade Federal de Uberlândia, Uberlândia, Brasil

Resumo

No Brasil, todo Serviço de Medicina Nuclear precisa apresentar um memorial de blindagem aos órgãos reguladores antes da construção e do início de suas atividades. As dependências de instalações radiativas devem possuir blindagens suficientes para manter as doses recebidas pelo público e pelos Indivíduos Ocupacionalmente Expostos dentro dos níveis de referência estabelecidos pelas resoluções da Comissão Nacional de Energia Nuclear. A blindagem consiste na adoção de barreiras físicas adicionais às estruturas existentes, com intuito de atenuar a radiação ionizante proveniente das fontes existentes nas instalações, o que requer cálculos complexos devido às muitas variáveis envolvidas, uma vez que em medicina nuclear utilizam-se fontes não seladas de radiação ionizante e os próprios pacientes se tornam fontes radioativas. Poucos documentos até hoje foram publicados sobre o tema e, até o momento, não foi encontrada na literatura uma publicação que reúna de forma clara todas as informações e orientações necessárias para realização de cálculos de blindagem de instalações de medicina nuclear. O objetivo deste trabalho é apresentar um guia com bases metodológicas e uma linha de raciocínio lógica para realização de cálculos de blindagem em medicina nuclear no Brasil, reunindo as definições e considerações encontradas na literatura.

Palavras-chave: física médica; medicina nuclear; cálculo de blindagem; blindagem em medicina nuclear.

Abstract

In Brazil, every Nuclear Medicine Service must submit a shielding memorandum to regulatory bodies before construction and the start of its activities. The premises of radiative facilities must have sufficient shielding to keep the doses received by the public and Occupationally Exposed Individuals within the reference levels established by the resolutions of the National Nuclear Energy Commission. Shielding consists of adding physical barriers to existing structures to attenuate ionizing radiation from sources within the facilities. This requires complex calculations due to the many variables involved, as nuclear medicine uses unsealed sources of ionizing radiation, and the patients themselves become radioactive sources. Few documents have been published on this subject, and to date, we have not found a publication in the literature that clearly brings together all the necessary information and guidelines for performing shielding calculations for nuclear medicine facilities. The aim of this work is to provide a guide with methodological bases and a logical reasoning process for performing shielding calculations in nuclear medicine in Brazil, compiling the definitions and considerations found in the literature.

Keywords: medical physics; nuclear medicine; shielding calculation; nuclear medicine shielding.

1. Introdução

A medicina nuclear é uma especialidade médica que utiliza materiais radioativos para fins diagnósticos e/ou terapêuticos. Além da Agência Nacional de Vigilância Sanitária (ANVISA), outro órgão que regula e fiscaliza a prática de medicina nuclear no Brasil é a Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) (1-3).

Todas as dependências de uma instalação radiativa devem possuir blindagens suficientes com objetivo de manter os valores de dose recebidos pelos indivíduos do público e pelos Indivíduos Ocupacionalmente Expostos (IOEs) dentro dos níveis de referência estabelecidos pelas resoluções da CNEN (1,4). São considerados IOEs os trabalhadores sujeitos à exposição ocupacional à radiação ionizante. Já os indivíduos do público são quaisquer membros da população quando não submetidos à exposição ocupacional ou exposição médica (5).

A blindagem consiste na adoção de barreiras físicas adicionais às estruturas existentes, como portas, paredes e visores, com intuito de atenuar a radiação ionizante proveniente das fontes existentes na instalação.

Desde seu projeto de construção, as instalações radiativas devem prever a otimização da radioproteção, ou seja, a magnitude das doses recebidas, o número de pessoas expostas e a probabilidade de ocorrência das exposições à radiação ionizante devem se manter tão baixos quanto razoavelmente exequíveis. Este princípio também é conhecido como ALARA, do inglês *As Low As Reasonably Achievable* (1).

Portanto, para atender estas condições, todo Serviço de Medicina Nuclear (SMN), deve submeter um projeto de blindagens no momento da solicitação da “autorização para construção” ou quando solicitada “modificação de itens importantes à segurança” – atos administrativos estabelecidos pela CNEN (4,6). A ANVISA também exige a

apresentação do cálculo de blindagens para autorização de funcionamento dos serviços de medicina nuclear e radiodiagnóstico (3,7).

O *National Council on Radiation Protection and Measurements* (NCRP), órgão americano, em 2004, em seu *Report* nº 147, apresentou um documento de referência internacional, que trouxe de forma clara uma metodologia para o cálculo de blindagens em radiologia diagnóstica (8). Em medicina nuclear, outro órgão americano, a *American Association of Physics in Medicine* (AAPM), publicou em 2006 um artigo do *Task Group* nº 108, apresentando requisitos para cálculo de blindagens exclusivamente para equipamentos tipo PET/CT (9).

Em 2010, a *Canadian Nuclear Safety Commission* (CSNS), publicou um documento guia para realização de projetos de instalações de medicina nuclear (10), trazendo importantes contribuições e considerações.

Em um artigo publicado em 2020, Tse e Salehzahi reuniram diversas informações encontradas na literatura a respeito do cálculo de blindagem em medicina nuclear, incluindo observações práticas importantes e uma série de recomendações para o *design* de uma instalação, trazendo a perspectiva de que pode ser importante considerar hábitos culturais e financeiros ao executar um projeto (11).

1.1 Objetivo

O objetivo deste trabalho é apresentar um guia com bases metodológicas e uma linha de raciocínio lógica para realização de cálculos de blindagens em medicina nuclear no Brasil, reunindo as definições e considerações encontradas na literatura, levando em conta o guia apresentado pela CNEN (6) e a experiência dos autores com a execução de projetos de blindagens no Brasil.

2. Cálculo de blindagens em medicina nuclear

Ao iniciar o planejamento de um SMN, a definição da planta baixa deverá sempre considerar os aspectos de proteção radiológica, incluindo o fluxo de colaboradores, pacientes e fontes radioativas, além de atender as diretrizes e orientações legais (2-4,6,12).

Salehzahi sugere que uma junta multidisciplinar seja formada para discussões e definições do projeto. Além de arquitetos, engenheiros e físicos médicos, o artigo sugere que sejam incluídos representantes dos profissionais que irão participar da rotina da instalação, como enfermeiros, farmacêuticos e operadores (11).

A CNEN define, em seu glossário (p. 21), como grupo crítico sendo um “grupo (hipotético) de indivíduos do público, cuja exposição a uma determinada fonte de radiação ou via de exposição é razoavelmente homogênea e típica dos indivíduos que recebem as maiores doses equivalentes ou doses efetivas devidas àquela fonte. Este grupo é considerado para a verificação de conformidade com critérios de dose estabelecidos” (5).

Para o cálculo de blindagens em instalações de medicina nuclear, sugere-se que esse conceito seja

estendido para incluir todos os grupos de IOEs. Todas as considerações tomadas durante o cálculo de blindagens de um SMN serão fundamentadas em um grupo crítico bem estabelecido. Para cada ambiente e situação, haverá um grupo crítico a ser considerado. A definição prévia dos fluxos e rotinas do SMN, portanto, é de extrema importância para realização do cálculo de blindagens.

No posto de enfermagem, por exemplo, deve-se considerar a carga horária de trabalho da equipe de enfermagem, pois são os profissionais que permanecerão maior tempo no local. Na sala de laudos, quem ocupa o local por mais tempo é o médico nuclear, enquanto na sala de comando é o operador, e assim por diante. Outros IOEs poderão circular nas dependências da instalação, mas é o grupo crítico que deverá ser considerado para definição de fatores de ocupação e objetivos de dose em cada ponto de cálculo.

2.1 Pontos de cálculo

Após definição da planta baixa da instalação, deverá ser realizada a demarcação do posicionamento das fontes radioativas e definição de quais serão as barreiras e pontos de cálculo (6,10).

Todos os locais onde poderá haver presença de fontes radioativas deverão ser sinalizados na planta baixa, como boxes de repouso, poltronas e macas para administração de radiofármacos, sanitários para pacientes injetados etc.

Os pontos de cálculo para cada uma das barreiras para estes locais também deverão ser identificados e em seguida numerados – paredes, portas, visores etc. Quando a instalação for em pavimento térreo, não há necessidade de numerar a barreira do piso. Já o teto, por sua vez, deverá ser sempre considerado, visto que, mesmo quando não há pavimento superior, poderá haver presença de trabalhadores para realização de manutenções, mesmo que esporádicas.

Alguns pontos de cálculo poderão sofrer influência de mais de uma fonte radioativa. Estes pontos com múltiplas contribuições de dose deverão ser sinalizados, pois precisarão de uma atenção especial na determinação dos limites de dose.

A partir da planta baixa e dos cortes laterais da instalação, deverá ser determinada a distância d de cada fonte até o ponto de cálculo. O NCRP 147 recomenda que esta distância seja medida da fonte radioativa até o ponto mais próximo onde poderá atingir os órgãos sensíveis de quem está após a barreira (8). O documento sugere que esta distância não deve ser menor que: 30 cm após paredes e portas, 170 cm acima do piso inferior e 50 cm acima do piso superior. No caso de bancadas ou armários, por exemplo, esta distância poderá ser maior, sendo indicada na planta de acordo com o *layout*.

Importante notar, portanto, que o valor de d é sempre maior que a distância da fonte até a barreira, uma vez que será necessário somar os valores citados acima. Apesar destas considerações serem apresentadas em um documento sobre cálculo de blindagens em radiodiagnóstico (8), é aconselhado

utilizar as mesmas recomendações para cálculos em medicina nuclear.

2.2 Carga de trabalho

O início do planejamento de um SMN envolve questões administrativas, como análise de custos, planejamento estratégico e estudo de mercado. De acordo com a estrutura física e equipamentos disponíveis, a direção da instalação, juntamente com o titular e o responsável técnico, deverá determinar quais serão os principais procedimentos a serem realizados, dentre diagnóstico e terapia, e a quantidade esperada de pacientes por semana N_w para cada um. Os protocolos para os principais procedimentos deverão ser definidos, incluindo: radiofármaco, atividade média injetada por paciente A_0 e tempo médio de permanência t em cada ambiente.

Para sistemas híbridos como PET/CT ou SPECT/CT, a CNEN permite que a Tomografia Computadorizada (TC) seja utilizada de forma exclusiva para diagnóstico, desde que previsto no Plano de Proteção Radiológica. Deverão ser especificados os fluxos de circulação de pacientes, procedimentos de acesso, monitorações e possível descontaminação da sala de exames (2,6). Esta é uma realidade em boa parte dos SMN que possuem sistemas tipo PET/CT no Brasil, o que torna importante considerar também a influência da TC na contribuição de dose efetiva ambiental. O TG 108 não considera esta realidade (9), enquanto o GD-52 afirma a importância desta consideração nos cálculos (10), o que se aproxima mais da realidade brasileira.

Os principais protocolos a serem utilizados e a quantidade semanal de pacientes esperados para cada procedimento de TC, portanto, deverão também ser relacionados no memorial de cálculo de blindagens.

2.3 Classificação das áreas

A classificação das áreas em um SMN irá depender da estrutura física e fluxo de pacientes e fontes radioativas.

Considera-se área controlada aquela sujeita a regras especiais de proteção e segurança, com a finalidade de controlar as exposições normais, prevenir a disseminação de contaminação radioativa e prevenir ou limitar a amplitude das exposições potenciais (1,5). São exemplos de áreas controladas as salas de exames, salas de injeção, laboratório de manipulação e área de espera para pacientes injetados.

A CNEN traz o conceito de área supervisionada, sendo esta uma área onde as condições de exposição ocupacional deverão ser mantidas sob supervisão, mesmo que medidas de radioproteção e segurança radiológica específicas não sejam normalmente necessárias, com a finalidade de proteger o acesso não autorizado à área controlada (1,5).

Qualquer área que não seja classificada radiologicamente como área controlada ou área

supervisionada é considerada área livre (1,5). São exemplos de áreas livres: locais de circulação de indivíduos do público em geral, como estacionamento, recepção para pacientes e acompanhantes e copa para colaboradores. Na classificação das áreas em um SMN, é importante considerar que não é permitida a existência de áreas livres cujo acesso seja feito exclusivamente por áreas controladas ou supervisionadas (2).

2.4 Limites de dose

Os limites de dose P , também chamados na literatura de meta de blindagem, são os níveis de restrição de dose efetiva anual adotados para o planejamento das barreiras físicas de uma instalação radiativa. Em medicina nuclear, empregam-se os limites de 100 $\mu\text{Sv}/\text{sem}$ para áreas controladas e 20 $\mu\text{Sv}/\text{sem}$ para áreas livres (6).

Para fins de cálculo de blindagens, é prudente que em áreas supervisionadas sejam utilizados os mesmos limites de dose permitidos para áreas livres, por serem mais restritivos e garantirem maior segurança. Assim, caso um indivíduo do público venha a permanecer na área supervisionada por alguma mudança no fluxo da instalação, as blindagens existentes irão garantir cumprimento dos limites de dose P permitidos para o novo grupo crítico.

A respeito da justificção, um dos requisitos básicos de radioproteção estabelecidos pela CNEN, o órgão diz que “as exposições médicas de pacientes devem ser justificadas, ponderando-se os benefícios diagnósticos ou terapêuticos que elas venham a produzir em relação ao possível dano correspondente” (CNEN-NN-3.01 (1), Artigo 45, Seção III, Subseção I, Justificção). Portanto, uma observação importante é de que, mesmo numa área controlada, se há pacientes injetados presentes em ambientes adjacentes, um paciente deve ser considerado público com relação ao outro, uma vez que não é justificável que um receba radiação emitida pelo outro. O valor de P depende, portanto, não apenas da classificação das áreas, mas da característica do indivíduo que ocupa o local - se IOE ou público.

Apesar de conceitualmente fazer sentido quando são considerados pacientes isolados, como por exemplo em boxes de repouso individuais, salas de exames ou sala de injeção, uma exceção será a sala de espera para pacientes injetados. A adoção de mecanismos para prover blindagem e logística adequadas neste caso impactaria muito significativamente o espaço físico requerido, bem como as condições de controle e os custos, inviabilizando sua adoção. Prevista nos documentos regulatórios publicados pela CNEN (2,6), a sala de espera para pacientes injetados presente nos SMN permite que mais de um paciente injetado ocupe o mesmo ambiente. Nestes casos, não se considera a exposição entre eles.

Para os pontos com múltiplas contribuições de dose, o limite P deverá ser especificado para cada barreira, de forma que o valor total não ultrapasse os limites estabelecidos para áreas livres ou controladas

(10). Por exemplo, se um IOE ocupa uma bancada onde pode receber dose de dois diferentes boxes de repouso, a contribuição de cada box não poderá ser maior que 50 $\mu\text{Sv/sem}$, garantindo uma contribuição total menor que o limite para áreas controladas de 100 $\mu\text{Sv/sem}$ (10).

Embora o principal objetivo dos projetos de blindagem em instalações de medicina nuclear seja garantir a proteção ocupacional e do público, é igualmente importante considerar os possíveis impactos da radiação em equipamentos sensíveis. Sistemas de imagem, como gama câmaras e PET/CT, e sistemas detectores, como calibradores de dose, podem sofrer interferências que comprometam sua acurácia devido à radiação de fundo, podendo afetar diretamente a qualidade da imagem ou a precisão das aferições. Em situações específicas, portanto, a sensibilidade dos equipamentos detectores de radiação poderá impactar diretamente na meta de blindagem.

2.5 Fator de ocupação

O fator de ocupação T é um parâmetro adimensional que considera a fração média de tempo em que o indivíduo mais exposto está presente em um determinado local (8). Neste cenário, é importante considerar que indivíduos do grupo crítico poderão ocupar mais de um ambiente (10).

Na literatura, existem valores tabelados sugeridos (6,8). Importante ressaltar que as tabelas apresentadas na literatura tratam de sugestões. Desde que justificado no projeto de blindagens, estes valores poderão, portanto, ser personalizados de acordo com a realidade de cada instalação.

Sempre que possível, sugere-se fazer uma simulação dos fluxos e tempos de permanência do grupo crítico nas dependências do SMN, permitindo definição de fatores de ocupação mais fidedignos à realidade do SMN, o que poderá, inclusive, causar um impacto importante na espessura final de blindagem adicional necessária para cada barreira. Muitas vezes, a alteração do valor de T poderá trazer reduções significativas de custos para aplicação das barreiras adicionais.

2.6 Constante de taxa de dose

A constante de taxa de dose Γ é o fator que relaciona a taxa de dose emitida por uma fonte radioativa pontual com a atividade de determinado radionuclídeo, conforme a equação [1]:

$$\dot{D} = \Gamma \frac{A}{d^2} \rightarrow \Gamma = \frac{\dot{D}d^2}{A} \quad [1]$$

em que \dot{D} é a taxa de dose, A é a atividade radioativa e d a distância da fonte até o ponto de cálculo (13).

Para o PET/CT, a AAPM apresentou os valores de Γ para o Flúor-18 com e sem a influência da atenuação corporal do paciente (9). A CNEN trouxe em seu guia valores de Γ para os principais radioisótopos utilizados em medicina nuclear, já considerando a atenuação corporal (6,14). A *International Atomic Energy Agency* (IAEA), também

apresentou em seu TECDOC 1162 valores de Γ para diversos radionuclídeos (15).

2.7 Atividade acumulada

Considerando que o tempo de permanência do paciente em determinada área da instalação, fatores que modificam a taxa de dose com o tempo, tais como o decaimento radioativo e a eliminação biológica devem ser sempre considerados.

Uma vez que a atividade do radionuclídeo administrado em um paciente decai com o tempo, a taxa de exposição também diminui. O tempo em que um paciente permanece em determinado local, portanto, irá influenciar nos cálculos de blindagem, sendo importante utilizar a grandeza atividade acumulada A_c integrada no tempo de permanência t , conforme a equação [2]:

$$A_c = \frac{A_0(1-e^{-\lambda t})}{\lambda} \quad [2]$$

em que A_0 é a atividade inicial administrada e λ é a constante de decaimento do radionuclídeo (13).

A constante de decaimento para cada radionuclídeo é determinada por meio do tempo de meia-vida $T_{1/2}$ por meio da equação [3]:

$$\lambda = \frac{\ln(2)}{T_{1/2}} \quad [3]$$

A redução da atividade acumulada por eliminação biológica deve ser cuidadosamente avaliada pelo responsável pelos cálculos, considerando as particularidades de cada SMN e procedimentos oferecidos. Em algumas situações, como nos exames de PET/CT, essa consideração pode impactar significativamente a dose estimada em pontos específicos, influenciando diretamente no cálculo.

Para procedimentos tipo PET/CT, O AAPM TG 108 traz a informação de que, ao ir ao banheiro após o período de repouso, o paciente elimina pela urina cerca de 15% da atividade radioativa recebida. O documento aplica um fator de redução, multiplicando a atividade acumulada por 0,85 na fórmula apresentada para a sala de exames (9). Recomenda-se que este fator seja utilizado não só para o cálculo na sala de exames, mas também nos ambientes em que o paciente poderá permanecer após realização das imagens, como trocador ou sala de espera.

2.8 Dose efetiva de uma fonte radioativa

Para encontrar o valor da taxa dose a 1 m de uma fonte radioativa pontual na ausência de qualquer barreira, emprega-se a equação [4], que fornece a taxa de dose em função da atividade. Utilizando a constante Γ em dose equivalente para d igual a 1 metro de distância, tem-se:

$$\frac{D}{t} = \frac{A\Gamma}{d^2} \rightarrow \dot{D}^1(0) = A\Gamma \quad [4]$$

Considerando a atividade acumulada A_c da equação 2 num tempo total de permanência t :

$$D^1(0) = A_c \Gamma = D^1(0) = \frac{A_0(1-e^{-\lambda t})\Gamma}{\lambda} \quad [5]$$

Para cada ponto de cálculo, considerando a quantidade de procedimentos previstos de serem realizados semanalmente, pode-se determinar a dose efetiva no ar total a 1 m considerando a contribuição de todos os n protocolos previstos de serem realizados por semana por meio da equação [6] (11):

$$D_{w,tot}^1(0) = \sum_n N_{w,n} A_{0,n} \Gamma_n \lambda_n^{-1} (1 - e^{-\lambda_n t_n}) \quad [6]$$

Os valores de Γ podem ser encontrados na literatura (16), incluindo o guia da CNEN (6), onde é apresentado o valor já considerando a atenuação corporal pelo paciente. Outras referências poderão ser utilizadas

Embora as contribuições para a taxa de dose total devidas às fontes e/ou rejeitos armazenados sejam usualmente não significativas, especialmente devido ao uso de blindagens de contenção, é importante avaliar se há procedimentos ou situações em que os tempos de permanência dessas fontes fora das blindagens de contenção serão suficientes para gerar contribuições significativas às taxas de dose totais nos pontos de cálculo. Neste caso, os valores de Γ utilizados não deverão considerar a atenuação do paciente.

2.9 Fator de Transmissão

Em posse de todas as análises anteriores, pode-se determinar o fator de transmissão para cada ponto de cálculo.

O fator de transmissão B é a razão entre o valor de dose na presença da barreira x a ser aplicada e a dose na ausência de qualquer barreira. Conhecendo a dose no ar a 1 metro $D_{w,tot}^1(0)$ para cada fonte radioativa, é necessário corrigir este valor pelo inverso do quadrado da distância d até o ponto de cálculo e pelo fator de ocupação T . Assim, sabendo que sendo a dose após a barreira é o limite de dose P para o ponto de cálculo, tem-se a equação [7] (8,9,11,13):

$$B = \frac{D(x)}{D(0)} = \frac{P}{D(0)} = \frac{P d^2}{D_{w,tot}^1(0) T} \quad [7]$$

É importante ressaltar que não há necessidade de correção pelo fator de uso, parâmetro que determina a fração de tempo em que uma barreira é submetida ao feixe primário (8). Devido às características das fontes de radiação em medicina nuclear, o fator de uso U sempre será igual a 1, não havendo necessidade de aparecer na equação [7].

2.10 Constante de atenuação

O valor da constante de atenuação μ é específico para cada material e varia de acordo com a energia do fóton incidente, ou seja, depende não só da

estrutura, mas também do radioisótopo utilizado (13). Este parâmetro poderá ser encontrado diretamente em tabelas ou poderá ser calculado através da camada semirredutora (16).

A camada semirredutora (CSR), ou *Half Value Layer* (HVL), do inglês, é definida como sendo a espessura de material capaz de atenuar a intensidade do feixe incidente de fótons pela metade. Também poderão ser encontrados valores de camada decirredutora, ou *Tenth Value Layer* (TVL), do inglês, que é a espessura de material capaz de atenuar para um décimo a intensidade do feixe recebido.

A constante de atenuação μ relaciona-se com os valores de CSR e HVL por meio das equações [8] e [9]:

$$\frac{I}{I(0)} = 2 = e^{-\mu.HVL} \rightarrow \mu = -\frac{\ln(2)}{HVL} \quad [8]$$

$$\frac{I}{I(0)} = 10 = e^{-\mu.TVL} \rightarrow \mu = -\frac{\ln(10)}{TVL} \quad [9]$$

Os valores de HVL e TVL aumentam com a energia do fóton incidente e diminuem com o aumento do número atômico do material utilizado. Em geral, o primeiro cálculo de espessura de blindagem é realizado para o chumbo e, em seguida, outros materiais também são considerados de acordo com a necessidade.

2.11 Espessura da blindagem

A partir do fator de transmissão B , pode-se finalmente calcular a espessura x de blindagem necessária para cada ponto de cálculo com o material de constante de atenuação μ , por meio da equação [10] (8,13).

$$B = e^{-\mu x} \rightarrow x = -\frac{\ln(B)}{\mu} \quad [10]$$

Apesar de não apresentar dados disponíveis para todos os radionuclídeos na literatura, a relação entre B e x também pode ser aproximada através de simulação computacional pelo modelo de Archer, conforme a equação [11] (9,11):

$$x = \frac{1}{\alpha \gamma} \ln \left[\frac{B^{-\gamma + (\beta/\alpha)}}{1 + (\beta/\alpha)} \right] \quad [11]$$

em que α , β e λ são os parâmetros de ajuste e são ser encontrados na literatura (8,9,11).

2.12 Sistemas híbridos

Para sistemas híbridos, o cálculo de blindagem da Tomografia Computadorizada deverá seguir a metodologia descrita no NCRP 147 (8). Nestes casos, é importante que para cada ponto de cálculo seja considerada a contribuição da TC no valor total do limite de dose P .

Uma vez que a eficiência da atenuação depende da energia do feixe incidente, a escolha do material atenuador para blindagem da radiação gama emitida

pelos radioisótopos utilizados em medicina nuclear poderá ser diferente para o feixe de Raios X emitido pela TC.

Deve-se realizar os dois cálculos de forma separada. As contribuições para cada cálculo deverão ser distribuídas de modo que o limite de dose **P** não seja excedido, atendendo regulações específicas (1,7). Por exemplo, 70% da contribuição vinda dos radioisótopos e 30% vinda dos Raios X. Essa distribuição poderá ser ajustada durante a realização dos cálculos até encontrar um valor ótimo. Salehzahi e Tse sugerem em seu artigo uma forma iterativa de ir realizando essas simulações (11). A escolha poderá variar de acordo com as características de cada serviço, sendo importante considerar fatores econômicos e estruturais.

Considerações

O guia canadense GD-52 apresenta uma tabela com dados hipotéticos de um serviço, com a carga de trabalho e a contribuição de dose para procedimentos típicos em um SMN. O documento conclui que a contribuição de alguns procedimentos, quando comparado com outros, pode ser insignificante e, portanto, omitida no cálculo, desde que justificado (10). A partir deste pressuposto, poderão ser excluídos do cálculo de blindagens, portanto, procedimentos com carga de trabalho significativamente menor, sendo desnecessária a realização do cálculo para todos os isótopos a serem solicitados na autorização para operação do SMN.

Ao calcular pontos com múltiplas contribuições de dose, é importante compreender que as equações são acopladas, de modo que alterações nos parâmetros em um ponto podem influenciar a contribuição de dose em outros locais. Com uma rigorosa análise crítica e checagem dos dados, considerando fatores financeiros e estruturais, por exemplo, é possível aumentar propositalmente a blindagem em um ponto com objetivo de diminuir a espessura necessária para blindagem em outro.

3. Conclusão

As equações 5, 6 e 7, para cálculo de dose efetiva e fator de transmissão, apresentadas neste trabalho vão de encontro com o que é apresentado na literatura (8-11,13).

Este trabalho oferece um direcionamento e apresenta uma linha de raciocínio organizada, facilitando tanto a elaboração quanto a análise de um memorial de cálculo de blindagens, ao proporcionar informações e diretrizes essenciais de forma clara.

Pode-se elencar as etapas para realização de cálculo de blindagens em medicina nuclear como:

1. Relacionar os procedimentos a serem realizados, informando radioisótopo, atividade A_0 injetada, tempo de permanência t nas dependências, quantidade de pacientes esperada por semana N_w ;
2. Determinar fluxos e posicionamento das fontes;
3. Sinalizar pontos com múltiplas contribuições;
4. Determinar e numerar os pontos de cálculo;
5. Medir a distância d da fonte até o ponto de cálculo;

6. Determinar o grupo crítico e os fatores de ocupação T para cada ponto;
7. Determinar o limite de dose P para cada ponto;
8. Calcular a dose efetiva no ar total a 1 metro $D_{w,tot}^1(O)$ devido a contribuição de todos os n protocolos previstos de serem realizados por semana para cada fonte;
9. Calcular o fator de transmissão B ;
10. Calcular a espessura de blindagem x para o material com constante de atenuação μ ;
11. Otimizar os cálculos relacionando as equações, levando em consideração fatores financeiros e estruturais.

Agradecimentos

Aos colegas do grupo de trabalho Daniel Coiro, Renata Camargo e Luciane Boanova, pelas ricas discussões envolvendo aspectos regulatórios e outros apontamentos sobre a execução de projetos de cálculo de blindagem em medicina nuclear no Brasil.

Os autores gostariam de agradecer às agências de pesquisa: Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPq) pelos projetos de pesquisa 312160/2023-2 (L.P.N), 312124/2021-0 (A.P.P) UNIVERSAL (407493/2021-2) e Projeto MAI/DAI (403556/2020-1); Fundação de Amparo à Pesquisa do Estado de Minas Gerais (FAPEMIG) pelos projetos de pesquisa APQ-04215-22, APQ-01254-23 e APQ-04348-23. Este trabalho faz parte do Instituto Nacional de Ciência e Tecnologia em Instrumentação Nuclear e Aplicações na Indústria e Saúde (INCT/INAIS), projeto CNPq 406303/2022-3.

Referências

1. CNEN. Norma CNEN NN 3.01. Resolução CNEN 323/24. REQUISITOS BÁSICOS DE RADIOPROTEÇÃO E SEGURANÇA RADIOLÓGICA DE FONTES DE RADIAÇÃO. Rio de Janeiro, Brasil. Comissão Nacional de Energia Nuclear, Abril de 2024.
2. CNEN. Norma CNEN NN 3.05. Resolução 159/13. REQUISITOS DE SEGURANÇA E PROTEÇÃO RADIOLÓGICA PARA SERVIÇOS DE MEDICINA NUCLEAR. Rio de Janeiro, Brasil. Comissão Nacional de Energia Nuclear, Dezembro de 2013.
3. ANVISA. Resolução RDC nº 38. Funcionamento de Serviços de Medicina Nuclear "in-vivo". Brasília, Brasil. Agência Nacional de Vigilância Sanitária, Junho de 2008.
4. CNEN. Norma CNEN NN 6.02. Resolução 293/22. LICENCIAMENTO DE INSTALAÇÕES RADIATIVAS. Rio de Janeiro, Brasil. Comissão Nacional de Energia Nuclear, Março de 2022.
5. CNEN. GLOSSÁRIO DO SETOR NUCLEAR E RADIOLÓGICO BRASILEIRO. Rio de Janeiro, Brasil. Comissão Nacional de Energia Nuclear, Maio de 2021.
6. CNEN. Guia para o Licenciamento e Controle de Instalações de Medicina Nuclear. Versão 2.0. Rio de Janeiro, Brasil. Comissão Nacional de Energia Nuclear, Setembro de 2023.
7. ANVISA. Resolução RDC nº 611. Serviços de radiologia diagnóstica ou intervencionista. Brasília, Brasil. Agência Nacional de Vigilância Sanitária, Março de 2022.
8. NCRP. NCRP Report No 147: Structural Shielding Design for Medical X-Ray Imaging Facilities. Bethesda, Estados Unidos. NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, 2004.
9. Madsen MT, Anderson JA, Halama JR, Kleck J, Simpkin DJ, Votaw JR, Wendt RE 3rd, Williams LE, Yester MV. AAPM Task Group 108: PET and PET/CT shielding requirements. Med Phys. 2006; 33(1): 4-15.

10. CNSC. Guidance Document GD-52: Design Guide for Nuclear Substance Laboratories and Nuclear Medicine Rooms. Ottawa, Canadá. Canadian Nuclear Safety Commission, Maio de 2010.
11. Salehzahi F, Tse J. Shielding commissioning factors in nuclear medicine facilities. *J Radiol Prot*, 2020; 40(1):165-180.
12. ANVISA. Resolução RDC nº 50. Regulamento Técnico para planejamento, programação, elaboração e avaliação de projetos físicos de estabelecimentos assistenciais de saúde. Brasília, Brasil. Agência Nacional de Vigilância Sanitária, Fevereiro de 2002.
13. Saha, Gopal B. Basics of PET Imaging. 2ª edição. Springer, 2010.
14. Soares AD, Paixão L, Facure A. Determination of the dose rate constant through Monte Carlo simulations with voxel phantoms. *Med Phys*. 2018; 45(11):5283-5292.
15. IAEA. TECDOC-1162: Generic procedures for assessment and response during a radiological emergency. Vienna Áustria. International Atomic Energy Agency, Agosto de 2000.
16. Smith DS, Stabin MG. Exposure rate constants and lead shielding values for over 1,100 radionuclides. *Health Phys*. 2012; 102(3):271-291.

Contato:

Paula Duarte Correia
Universidade Federal de Uberlândia
Av. João Naves de Ávila, 2121. Uberlândia, MG.
Brasil. CEP: 38408-100
pauladuartecorreia@ufu.br